

四代堆的发展现状与趋势研究报告

——基于 2002 年 GIF 提出的 6 大公认四代堆堆型

03320708 袁明*

东南大学能源与环境学院 033207 班

中国南京 211189

摘要

经过八十余年的发展，如今的反应堆堆型的研究进入到第四代阶段。本文通过对近年相关文献的调研，整理分析了目前四代堆的发展现状与发展趋势。针对不同的预期发展目标，不同堆型呈现出不同的发展方向：高温气冷堆、铅冷快堆逐步大型化，并尝试功能多样化；高温气冷堆开发了热电联产、核能制氢等附加功能；钠冷快堆、熔盐堆逐步小型模块化，在许多小型综合能源应用的场景中作为重要供能设施；超临界水冷堆目前以小型模块化为过渡，为大型超临界水冷堆建设积累实践经验；气冷快堆由于技术成熟程度较低，研发难度较大，发展较为缓慢。此外，在微型反应堆方向，四代堆居主要地位。本文介绍了各类反应堆在本发展方向的最新成果，并且提出部分堆型的新的可能发展的方向，为我国推进“2060 年实现碳中和”提供重要参考。

关键词： 6 大公认四代堆堆型 发展现状 乏燃料利用 小型模块化 综合能源利用 微型反应堆

0 引言

1942 年“芝加哥一号堆 (CP-1)”建成，人类第一次实现了可控核裂变。随后，苏联、美国、法国等国家相继建成了第一代“原型堆”，并在此基础上，加入能动安全装置，开发出了可商用的二代堆。二代堆一般采用轻水冷却，分为两类：沸水堆与压水堆。压水堆的冷却水为闭环流动，而沸水堆则是用带高辐射的蒸汽直接冲击汽轮机，故压水堆的安全性比沸水堆要好。由于历史上的三次严重核事故（美国三里岛核事故、苏联切尔诺贝利核事故和日本福岛核事故），美国、

德国、中国等国家开始研究三代堆，其特点主要为更长的设计寿命、极低的严重事故概率、更加系统的纵深防御理念以及更加冗余的安全防护系统（能动 + 非能动安全系统、高强度的安全壳等）。世界上具有代表性的三代堆有美国 AP1000 堆型、法国 EPR 堆型、俄罗斯 VVER-1200 堆型、中国“华龙一号” (HPR1000) 和“国和一号” (CAP1400) 等，如表 1 所示。

为研究和发展第四代先进核能系统，第四代核能系统国际论坛 (GIF) 于 2001 年 7 月成立，现有包括中国在内的 13 个成员。根据安全性、经济性、防核扩散和可持续发展等目标，GIF 选定了超临界水冷堆 (SCWR)、钠冷快堆 (SFR)、铅冷快堆 (LFR)、气冷快堆 (GFR)、超高温气冷堆 (V/HTR)、熔盐堆 (MSR) 六种堆型作

*邮箱：213202577@seu.edu.cn，提交日期：2022 年 12 月 10 日。
作者简介：袁明，江西南康人，东南大学能源与环境学院 20 级本科生。
报告指导老师：东南大学核科学与技术系副主任张彪。

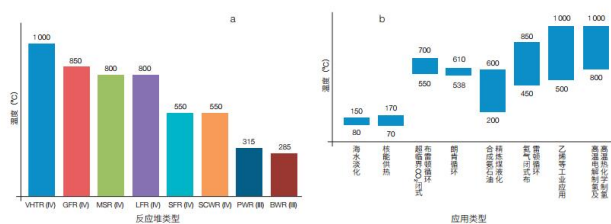


图 1: (a) 不同反应堆(代)的出口温度,其中 VHTR—超高温反应堆、GFR—气冷快堆、MSR—熔盐堆、LFR—铅冷或铅-铋共熔物冷却的快堆、SFR—钠冷快堆、SCWR—超临界水堆、PWR—压水反应堆、BWR—沸水堆;
(b) 核能综合利用温度范围

为第四代核能系统的重点发展方向。至今,六大堆型均已不同程度的发展,并且依据自身不同的堆型特点,被设计于不同的适用场景,其中不同反应堆的出口温度与核能综合利用温度范围如图 1 所示。

高温气冷堆与铅冷快堆由于其功率可做至较大,是目前最有希望率先实现商业化并网发电的第四代堆型。钠冷快堆、熔盐堆由于其在安全性与反应堆体积上的优势,逐步走向小型化、模块化,并作为三代堆或其他

新能源发电设施的补充辅助设施,例如钠冷快堆可使用普通压水堆的乏燃料作为燃料,实现燃料的重复利用,增加发电产出,降低发电成本,同时可将半衰期较长的核废物嬗变为半衰期较短的裂变产物,有效降低核废物的污染。超临界水冷堆由于开发难度大,成本高,目前也在走向小型化、模块化,以期通过 SCWR-SMR 的研究过渡到大型 SCWR 的建设。气冷快堆在国际上发展较为缓慢,国内还没有开展气冷快堆的系统工作。

1 本文的结构

本文在引言中已简要介绍核反应堆的发展历史,并扼要地提到了四代堆 6 大堆型的发展现状与趋势。对于锂热管空间反应堆,本文将于后文详细提及。接下来,本文将按以下分类详细探讨第四代的六种堆型,并给出结论。

- (1) 大型堆建设: 高温气冷堆, 铅冷快堆。
- (2) 小型模块化堆: 钠冷快堆、熔盐堆、超临界水冷堆。
- (3) 遗珠堆型: 气冷快堆。

第三代核电技术	堆型	所属公司	简介
AP1000	压水堆 (PWR)	美国西屋公司	美国西屋公司在已开发的非能动先进压水堆 AP600 的基础上开发了 AP1000, 该堆型为西屋公司设计的 3 代核电堆型。
EPR	压水堆 (PWR)	法国阿海珐公司	EPR 是国际上最新型反应堆 (法国 N4 和德国建设的 Konvoi 反应堆) 的基础上开发的, 是欧洲提出的第三代原子能反应堆。
CANDU	重水堆 (HWR)	加拿大坎杜能源公司	加拿大在已成熟机组基础上研发的第三代核电技术
VVER 系列	压水堆 (PWR)	俄罗斯原子能公司	俄罗斯在已成熟技术路线上开发出的三代核电技术
ABWR、ESBWR	沸水堆 (BWR)	美国通用电气公司、日本东芝、三菱	先进沸水反应炉、精简化沸水反应堆, 位列主流三代核电技术
APR1400	压水堆 (PWR)	韩国电力工程公司	韩国西屋 System80+基础上, 自主研发的大容量商用压水堆, 达到三代标准。
CAP1400	压水堆 (PWR)	中国核电技术公司、中电投	中国在消化、吸收、全面掌握引进的第三代先进核电 AP1000 非能动技术的基础上, 通过再创新开发出具有我国自主知识产权、功率更大的非能动大型先进压水堆核电机组, 具备自主产权。
华龙一号	压水堆 (PWR)	中国广核、中国中核	中核集团 ACP1000 与中广核集团 ACPR1000+融合而来的先进百万千瓦级压水堆核电技术, 是中国核电走向世界的“国家名片”, 具备知识产权。

表 1: 世界主流三代堆技术情况

(4) 微型反应堆：包括热管空间反应堆等。

2 大型堆建设

目前世界上的大型化商用堆几乎均为第三代压水堆。在技术上，三代压水堆也已趋于成熟。但由于其存在的固有缺陷，尤其在燃料利用方面，第三代反应堆对铀燃料棒只利用一次，核废料仍有很多利用价值，希望在反应堆中进一步利用铀系元素和贫铀。因此催生了四代堆。目前，已建成或即将建成的较为大型的四代堆类型为高温气冷堆与铅冷快堆。

2.1 高温气冷堆

2021 年 12 月 20 日，由中国华能联合清华大学、中核集团共同建设的“大型先进压水堆及高温气冷堆核电站”国家科技重大专项高温气冷堆核电站示范工程 1 号反应堆完成发电机初始负荷运行试验评价，首次并网成功，发出第一度电，标志着高温气冷堆迈出商业化第一步。下面介绍高温气冷堆的技术特点、优势与市场前景。

2.1.1 高温气冷堆的技术特点与优势

高温气冷堆主要由清华大学核能与新能源研究院牵头研发，是我国具有完全自主知识产权的第四代先进核电技术，具有固有安全性、多功能用途、可模块化建造的特点和优势。

高温气冷堆固有安全特性通过反应堆自身的负反应性温度效应、高性能的燃料元件、较低的堆功率密度、较大的堆芯热容量、较小的单堆功率和独特的堆芯尺寸等特性实现。燃料元件在不高于 1620 摄氏度的温度条件下都能够保持完整性。而高温气冷堆的固有安全设计使反应堆燃料温度在任何情况下都不会高于 1620 摄氏度，从而在设计上实现了核安全监管部门要求的“任何事故下，不借助能动安全系统，燃料元件温度不超过设计限值，不会发生堆芯熔化和放射性大量释放的严重后果”的目标。

一个标准的高温气冷堆模块热功率为 250 兆瓦，产生的电功率为 10 万千瓦。通过多模块组合，匹配不同规模的汽轮发电机组，可以实现系列化的装机容量。20 万千瓦高气冷堆示范电站就是通过两座 250 兆瓦热功

率的反应堆匹配 1 台 20 万千瓦汽轮发电机组实现的。高温气冷堆作为工艺热源时，同样可以根据所需的用热量，通过标准模块的组合以满足需求。由于具有固有安全性，不需要辅助安全系统，高温气冷堆的系统大为简化，投资可大幅降低。

2.1.2 高温气冷堆的市场前景

(一) 高效发电

60 万千瓦级高温气冷堆核电机组不会发生堆芯熔毁，满足国际现在及未来最严格的核安全标准，满足事故条件下对厂址周边最严格的放射性剂量限制标准，在技术上不需要厂外应急。因此，为满足日趋严格的环境保护要求，可以在一部分面临退役的火电厂址上建设高温气冷堆核电机组，充分利用原有火电汽轮机和冷却塔等基础设施和设备。

(二) 热电联产

我国大中城市大量依靠燃煤热电厂，在发电的同时为居民供热。在一些环境要求高的大城市，目前采用的是大型天然气热电联产机组热电联产进行大面积供热。在一个距离城市边界 30~50 km 的厂址上建设“台 60 万千瓦级高温气冷堆热电联产机组，可以形成大容量区域热电联产中心，抽气供热 $1 \times 10^8 \text{ m}^2$ ，产生的电能可以支撑另外 $1 \times 10^8 \text{ m}^2$ 的散户电采暖，在其他季节发电上网，可以比燃气热电联产具有更强的经济竞争力和环境效益。

(三) 核能制氢

核能制氢技术的成熟将带来能源领域的重大创新。以制氢炼铁炼钢为例，1 台 60 万千瓦级高温气冷堆机组匹配年产 $1.8 \times 10^6 \text{ t}$ 钢产量。我国交通用能占一次能源消耗的比例早已超过 20%，交通的氢能需求将带来更大量的高温气冷堆建设空间。

2.1.3 我国高温气冷堆的建设计划

根据当前的国情，我国高温气冷堆的市场定位为压水堆核电的补充、核能供热的主力。在国内，中国核建已在福建、广东、江西、浙江等省份开展了前期工作，共计有两处厂址已确定展开建设：2015 年 4 月，中国核建江西瑞金高温气冷堆项目初步可行性研究报告通过电力规划设计总院组织的评审，并与瑞金市政府签订了厂址保护协议。2016 年 4 月，中国核建福建万安

高温堆电站初步可行性研究报告通过电力规划设计总院组织的评审。

2.2 铅冷快堆

2021 年 4 月 20 日，俄罗斯国家原子能公司（Rosatom）表示，俄罗斯将于 2021 年秋季开始建设 Brest-OD-300 型铅冷快堆，预计于 2026 年完成基础建设。同时，俄罗斯的 SVBR-100 项目、比利时的 MYRRHA ADS 项目和欧盟的 ELFR 与 ALFRED 项目也已上马。

2011 年，在中国科学院战略性先导科技专项“未来先进核裂变能——ADS 嬗变系统”等项目的支持下，在深入分析国际上 ADS 反应堆及铅基反应堆发展现状的基础上，设计了铅铋冷却的临界/次临界双模式运行的中国铅基研究反应堆“麒麟一号”（CLEAR-I），如图 4 所示。下面详细介绍“麒麟一号”铅基反应堆。

2.2.1 加速器驱动次临界系统

首先明确什么是加速器驱动次临界系统（ADS）。ADS 是一种新型的核能利用装置，由质子加速器、重金属散裂靶以及次临界反应堆组成。其原理是利用加速器产生的高能质子轰击重金属靶，产生散裂中子，以驱动次临界反应堆中的核材料发生核反应，同时维持次临界反应堆的运行。ADS 具有中子能谱硬、通量高、能量分布范围广，次锕系核素（MA）嬗变和长寿命裂变产物（LLFP）能力强的特点，利用它对核废料进行嬗变处理，可大幅降低核废料的放射性危害，实现核废料的最小化处置，同时可实现能量放大，提高核资源的利用率。铅基反应堆是第四代核能系统的参考堆型之一，也是 ADS 的首选参考堆型。这是“麒麟一号”诞生的理论基础。

2.2.2 CLEAR-I 的技术原则与主要参数

CLEAR-I 是针对 ADS 研究的铅铋冷却反应堆。试验目标预计分步实现，如装载不同类型及不同数量的燃料或调节质子束强度，同时兼顾反应堆的设计和建造。为了能够在规范高效地实现 CLEAR-I 的方案设计，需要遵守如下的技术原则：

（1）技术可行性：采用现有较成熟的材料、核燃料和相关技术，降低反应堆技术难度和造价。

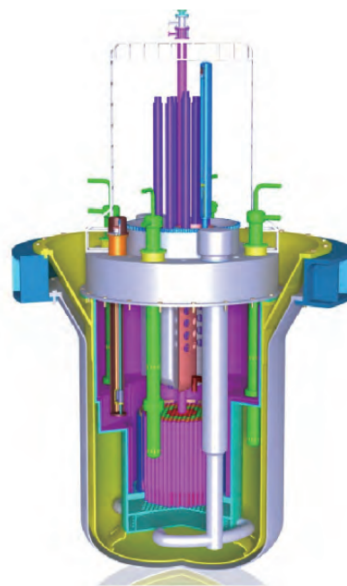


图 2: CLEAR-I 反应堆三维视图

Item	Parameter
Thermal power (MW)	10
Primary coolant	Lead-bismuth eutectic (LBE)
Fuel (first cycle)	UO ₂ 19.75 wt%
k_{eff} in critical mode	1.016
k_{eff} in subcritical mode	0.98
Primary cooling system	Pool-type, compact
Primary coolant circulation	Forced (normal operation); natural (emergency condition)
Coolant inventory (t)	600
Core inlet/outlet temperature (°C)	300/385
Secondary coolant	Pressurized water
Inlet/outlet temperature of secondary cooling system (°C)	250/270
Pressure in secondary side (MPa)	10
Heat sink	Air cooler
Reactor height/diameter (mm)	6500/4800
Primary heat exchanger	4 units, double wall bayonet tube bundle
Primary pump	2 units, centrifugal mechanical pump

表 2: CLEAR-I 主要设计参数

(2) 安全可靠：由于铅铋冷却剂的中子物理、热物理和化学特性，反应堆具有负反应性温度系数和非能动余热排出能力。这些功能可显著提高反应堆的固有安全特性，有效避免类似福岛事故的发生。

(3) 试验灵活性：CLEAR-I 的双操作模式可以确保其在临界或亚临界条件下运行。远程换料系统可确保不同堆芯布置方式和不同燃料种类的灵活性。

(4) 技术延续性： UO_2 是首先被采用的装载燃料；先进的燃料（如混合氧化物、超铀等）以及次锕系核素（MA）将在后期被检测，以验证 CLEAR-I 的嬗变技术。

主要参数如表 2 所示。

2.2.3 CLEAR-I 的研发进度

目前，CLEAR-I 详细的方案设计已经完成，正在全面开展初步的工程设计。系统设计与分析方案也已完成，并且建立了 CLEAR-I 固有安全特性的安全分析。CLEAR-I 的设计方案被 IAEA 和 GIF 选为参考反应堆设计。大型铅铋试验回路 KYLIN-II 已被建造，以进行结构材料腐蚀试验、热工水力学试验以及安全试验。主泵、换热器、控制棒驱动机构和换料系统等关键组件也已经被建造，并完成了对原理样机的测试。

3 小型模块化堆 SMR

小型模块化反应堆是核能发展的新趋势。小型模块化反应堆（SMR）具有广泛的用途，不仅可以用于发电，也可用于取代老旧燃煤、燃油电厂，以及居民供热、工业供气、海水淡化等。在 6 大堆型中，目前较易小型模块化的是钠冷快堆与熔盐堆，而超临界水冷堆由于其大型设计方案实施的困难，也另辟蹊径先走小型模块化设计路线过渡，为大型设计方案提供实践经验。

3.1 钠冷快堆

钠冷快堆是 6 大堆型中技术成熟程度相对最高的一类堆型，已经有投入商用的实例，如我国第一个快堆，即中国实验快堆，已于 2011 年 7 月 21 日成功实现并网发电。CFR-600 示范快堆（CDFR）作为中国原子能研究院计划的下一步，霞浦 1 号有望于 2023 年并网。俄 BN-800 钠冷快堆将于 2022 年全面实现全堆芯混合氧化物（MOX）燃料的运行。

3.1.1 堆型布置

根据堆型布置的不同，钠冷快堆可分为回路式快堆和池式快堆。早期的快堆中，两种布置方式均有采用，然而近年来从安全角度考虑，快堆的布置方式逐步向池式转变。因此，池式钠冷快堆逐渐成为快堆发展的主流。

3.1.2 钠冷快堆的技术优势

- 有效利用铀资源，可以解决大规模发展压水堆核电站带来的核燃料短缺问题。

当前世界上建设的核反应堆所选用的裂变核燃料通常为钚-239 及铀-235，但是在铀矿中能够维持核链式反应的铀-235 数量稀少，更多的是铀-238，只有将铀矿中的其他同位素经过铀浓缩技术分离出去得到的浓缩铀才能用于核武器的研发以及核电站发电。而在铀浓缩加工的过程中产生的大量核废料贫铀，主要由铀-238 构成，核工业的快速发展积压了大量贫铀，而快中子堆在钚-239 裂变反应释放能量的同时，又将铀-238 变为可用燃料，实现了铀资源的有效利用。

- 嬗变长寿命放射性废物，解决长寿命核废物的处置问题。

一座快堆可以烧掉（转变掉）4~10 座同等功率规模的热堆产生的锕系核素。所以，快堆是嬗变长寿命放射性废物的最经济和现实的方法，发展快堆可解决核能发展中产生环境影响的后顾之忧。

- 钠冷快堆具有许多固有的安全特性。

液态金属钠具有较高的热导率，易于导出余热；钠的沸点低，几乎无喷射使堆芯裸露的可能；纯钠对快堆材料几乎不腐蚀，因此快堆钠容器及钠管道不易因腐蚀造成泄漏；钠的高导热能力，能将熔融燃料的热量迅速传导开，使其不易发生过量放射性释放，钠在中子辐照下产生的核素放射性寿命不长，属于环境友好型废物；液态钠受热膨胀，有助于非能动事故余热排出。具体安全特性如表 3 所示。

特点	安全关系	设计要求
覆盖气体压力低	一回路系统失压后果不严重	不需要紧急堆芯冷却和安全壳降压系统
钠传热性能极好	自然对流可导出衰变热	不设冗余的强迫循环余热排出系统
包壳和冷却剂不发生化学反应	无锆水反应	
热管中冷却剂的沸腾裕度大 ($\Delta T > 300\text{ }^{\circ}\text{C}$)	过冷度大	增大了安全余量增加了保护系统动作的延迟时间
钠-卤素反应	破损燃料中逸出的碘仍滞留在冷却剂中	安全壳不要求设除碘过滤器
钠-空气燃烧释放能量	冷却剂系统存在钠泄漏可能性	冷却剂系统充有氦或氩保护性气体
钠-水反应	蒸汽发生器泄漏会导致能量的释放	设置中间热交换器对钠水反应作早期诊断以保护堆芯
冷却剂通过堆芯温升近 $140\text{ }^{\circ}\text{C}$	冷却剂系统端部热应力大	尽量减小热应力, 避免热冲击
钠空泡系数为正	冷却剂汽化后由于钠空泡系数为正值可能引起堆芯过热	冷却剂系统设计要防止堆芯出现大量汽化
燃料密实反应性增加	引起堆芯燃料中心密实的任何事故会导致反应堆超临界	必须限制燃料组件径向移动所引入的反应性值

表 3: 钠冷快堆的安全特性

3.1.3 钠冷快堆的发展方向

由于钠冷快堆本身具有换料周期长、占地体积小等特点, 非常符合小型化的要求。在一些远离沿海的地区, 其人口密度和淡水资源等等都规模较小, 建设大型的反应堆显然不是一项合理化的经济举措, 而采用小型化钠冷快堆, 不仅可以满足当地资源限制, 而且能够满足用电需求, 是最为理想的发电堆型。另外, 也应加强对钠冷快堆高性能仿真分析软件的研发, 因为随着技术的快速发展, 除开一些必要的重要参数需要进行实际的反应堆实验之外, 更多的实验目的都可以通过计算机来实现, 这样不仅可以大大加快研发进度, 更能提高实验的可靠性。然而, 在钠冷快堆领域内的高性能仿真软件屈指可数, 且较为陈旧, 就此而言, 研发新一代符合当前钠冷快堆发展要求的仿真分析软件显得十分重要。

3.2 熔盐堆

熔盐堆是 6 大四代堆堆型中唯一使用液态核燃料的核反应堆, 具有高温输出、常压工作、无水冷却、核废料少和本征防扩散等特点, 以及没有堆芯熔毁的风险的优势。熔盐堆的基本原理为堆芯使用 Li、Be、Na、

Zr 等的氟化盐以及溶解的 U、Pu、Th 的氟化物熔融混合作为燃料, 在 $600\text{ }^{\circ}\text{C}$ 和低压条件形成熔盐流直接进入热交换器进行热量交换。

事实上, 我国的铀资源一直处于高度依赖进口的状态, 历年变化如图 3 所示, 从图中可以看出, 铀资源进口比例近年来甚至达到 80% 以上, 远超 50% 的国际警戒线。

中国铀矿资源对外依存情况, 2012年-2018年

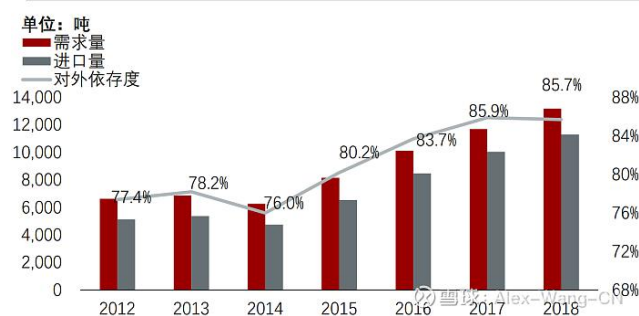


图 3: 中国铀矿资源对外依存情况

因此, 钍作为一种新的候选核燃料, 由于只可能通过熔盐堆加以利用, 使得钍基熔盐堆在发展中脱颖而出, 成为熔盐堆的主要发展对象。

2021 年 9 月底, 我国甘肃武威的实验性钍基熔盐

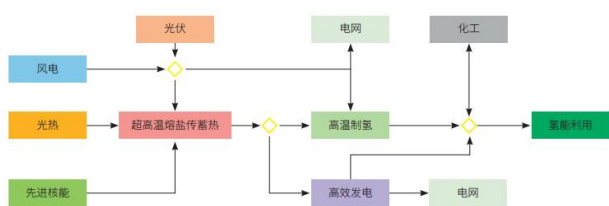


图 4: 一种可能的综合能源利用体系图

堆，暨世界首个第四代核能技术的钍基熔盐堆成功进行了试运行。钍基熔盐堆成功摆脱了之前熔盐堆以铀和钍元素为燃料的核能发电模式，改用以放射性极低的钍元素为核燃料，在核能发电领域具有划时代意义。

3.2.1 钍基熔盐堆的优点

钍基熔盐堆有如下的优点：

(1) 更安全。当反应堆内温度超过预设值，携带核废料的熔盐将全部流入应急存储罐，核反应也就随即终止，这样既不会泄露，也不会污染地下水。从理论上讲，钍基熔盐堆能稳定运行几十年，核废料仅为铀反应堆技术的 0.1%。

(2) 对设施所处的环境要求更低。传统的核电站需要大量冷却水，一般建在沿海地区或者水资源丰富的地方。而钍基熔盐堆采用的是复合型氟化盐冷却剂，不再依赖大量的水资源，可以避开沿海地区，建立在内陆，甚至偏远的沙漠。

(3) 更易小型化。钍基熔盐反应堆温度低、用水少、安全性高、辐射小，可以做到小型化，微型化。

(4) 核心钍资源更丰富。自然界中钍的储量，远比铀丰富。中国的储量远高于世界其他地方（目前位列第二，仅次于印度），并且钍的提炼可达到 99.9% 的纯度，技术上已经完全成熟。

3.2.2 综合能源利用体系

由于钍基熔盐堆对设施所处的环境要求更低，于是可以建设在中国的各类地方，结合风能、太阳能等新能源，配合储能系统行成完整的综合能源利用体系，如图 4 所示，即为一种可能的综合能源利用体系。2022 年 9 月 29 日，英国公司推出了一种新型熔盐堆 FLEX。该堆是综合能源应用体系的一部分，配有热能贮存系统，适于调峰运行，能够成为风能、太阳能等间歇性可再生能源的理想补充。

3.3 超临界水冷堆

超临界水冷堆作为 6 大四代堆型中唯一的水冷堆，向来为各国所重视。经过十几年的发展，各国均提出了各自的 SCWR 方案，如中国的 CSR1000 和 SCWR-M、欧盟的 HPLWR、加拿大的 Candu-SCWR、日本的 Super LWR 和 SuperFR、俄罗斯的 VVER-SCP 系列等。从功率规模考虑，这些已经提出和得到广泛研究的 SCWR 方案全部属于大型 SCWR 方案。通过各主要成员国或组织的科研支持和协作努力，SCWR 的方案研究已取得一些成果，达到了概念研究阶段的预期目标，转入以关键技术攻关为主要特征的技术研发阶段。

3.3.1 SCWR 以小型化堆过渡

百万千瓦级大型 SCWR 在研发时并非一帆风顺，除去本身技术的复杂，在如下的方面也面临了严峻的挑战：

(1) 燃料包壳的运行环境恶劣，外部运行压力 25 MPa，运行表面温度 650 摄氏度；包壳厚度较薄，约 0.5mm，包壳在堆芯服役时间内以及在中子辐照环境下，需要满足腐蚀要求、应力腐蚀开裂要求、辐照稳定性要求等，这对 SCWR 材料研发提出了较大挑战。

(2) 百万千瓦级大型 SCWR 由于系统功率规模大，初始建设成本相对较大，建设周期长，投资风险及不确定性增加，投资回报周期相对较长，在能源市场竞争激烈的环境下，并不占有优势。

为了加快 SCWR 的商用化进程，国际研究的视野逐渐转移到将 SCWR 小型化的领域，希望能够通过 SCWR 与 SMR 的结合，另辟蹊径，更快地得到 SCWR 的原型堆运行数据，以期为大型 SCWR 的建设积累实践经验。

3.3.2 SCWR-SMR 的主要设计参数

在具体设计考虑方面，SCW-SMR 在总体参数、燃料组件构型等方面可以继承大型 SCWR 设计理念，但要注意必须满足小型堆建设的基本原则，具体表现在燃料富集度必须在普通的 SCWR 燃料之上，最好可以达到 5% 以上，但控制在 10% 以内。更具体的主要牵引性参考指标如表 4 所示。设计的同时，要在保证经济性优势的前提下适当降低冷却剂出口温度，实现先进性与可实现性的平衡。

参数名	参数值
反应堆额定热功率/MW	250~500
额定电功率/MW	100~200
系统热效率/%	>40
燃料组件类型	方形热谱
平衡燃料循环 ²³⁵ U富集度/%	<10
换料周期/月	~24
堆芯运行压力/MPa	25
冷却剂堆芯入口温度/℃	~280
冷却剂堆芯出口温度/℃	≤470
燃料表面最高温度/℃	≤620
电厂设计寿命/a	60
堆芯损坏概率 (CDF) /(堆·年) ⁻¹	<10 ⁻⁷
放射性释放概率 (LRF) /(堆·年) ⁻¹	<10 ⁻⁸

表 4: SCWR-SMR 主要参考指标

4 遗珠堆型

4.1 气冷快堆

气冷快堆作为 2002 年 GIF 选定的 6 大堆型之一，同时具有快堆和高温气冷堆的优势，是满足第四代核能系统的主要指标的，也是未来发展的潜在堆型之一。但由于技术上的难度与短期内经济效益较差，其发展一度较为缓慢，技术成熟度更低。在设计中，需要克服如下的挑战：

(1) 燃料方面，必须发展可耐高温、可承受堆内热、机械和辐照环境的性质优良的燃料、包壳材料和堆芯结构材料。

(2) 堆芯设计方面，出于对气冷快堆安全性和经济性的考虑，应尽可能减小堆芯压降。这一方面有助于减少冷却剂泵送耗功，提升系统效率；另一方面，有利于在正常停堆和事故停堆条件下为堆芯提供冷却环境。

(3) 系统安全特性方面，由于常压条件下气体密度较低，因此气冷快堆一般运行在带压条件。为保证气冷快堆的堆芯安全，需要时刻保持堆芯的对流换热能力。

每一项挑战都十分复杂，需要大量的研究、仿真与实践验证。

2014 年 GIF 重新对包括气冷快堆在内的六种堆型进行了评估，气冷快堆的关键里程碑节点被推后。而且，从当前的研发进展来看，2014 年制定的时间节点还会进一步推后。

在未来的研发计划中，还需要对气冷快堆的关键技术进行重点攻关，在此基础上开展系统整体集成验证，为气冷快堆的商业部署提供技术基础。从目前来看，气冷快堆的商业化应用将不是单个国家可以独立完成的，需要国际社会的共同努力。

5 另一赛道：微型反应堆

IAEA 一般将电功率在 10 MW 以下、具有模块化特征的反应堆称为微型核反应堆。目前国内外公开的微型核反应堆包括高温气冷堆、热管堆、钠冷快堆、铅冷快堆、熔盐堆和轻水堆等多种堆型。为了满足创新应用场景下用户使用需求，微型核反应堆设计充分考虑了安全性提升、现场施工简化、灵活部署和简化运行等多个因素，一般具有 5 个创新技术特征：1、固有安全性高；2、易于模块化和扩展；3、可运输性；4、便于部署；5、自主运行。国际上典型微型核反应堆的关键参数和系统配置如表 5 所示。

微型四代堆以其固有安全性高、能量密度大、体积小、运行期间维护少等优势在太空探索、深海探索、偏远海岛和矿区、边防哨所和基地等方面有着极为可观的应用场景。

6 结论

本文通过大量调研，整理分析了目前第四代反应堆的六大堆型发展现状与趋势，并给出了部分堆型的发展方向建议。6 种堆型中，高温气冷堆与钠冷快堆最早投入商用，但功率均较小。在发展方向上，高温气冷堆与铅冷快堆被定位为未来的大型发电堆型，并已有了相应的充分研究；HTR-10 已投入商用，CLEAR-I 已完成详细方案设计，正在全面开展初步的工程设计。钠冷快堆、熔盐堆由于其在安全特性与反应堆体积上的优势，极为适合走小型模块化道路，并作为三代堆或其他新能源发电设施的补充辅助设施，如钠冷快堆可使用普通压水堆的乏燃料作为燃料，实现燃料的重复利用，增加发电产出，降低发电成本，同时可将半衰期较长的核废物嬗变为半衰期较短的裂变产物，有效降低核废物的污染；熔盐堆可以与光能、风能等新能源及储能系统耦合，形成综合能源利用体系，达到高效合理利用能源的目的，为中国能源区域化贡献重要力量。

名称	U-Battery	MMR	X-Battery	eVinci	MoveLUX	Mega Power	Holos	VSLIM	SEALER	AVR-6M
国家	英国	美国	美国	美国	日本	美国	美国	美国	瑞典	俄罗斯
反应堆堆型	棱柱高温气冷堆	棱柱高温气冷堆	球床高温气冷堆	热管堆	热管堆	热管堆		钠冷快堆	铅冷快堆	轻水堆
冷却剂	氦气	氦气	氦气	热管	热管	热管		液态钠	铅	轻水
慢化剂	石墨	石墨	石墨	金属氢化物	氯化钙				铅	轻水
热功率/MW	10×2	15×2	10	7~12	10	5		1~10	8	38
电功率/MW	4×2	5×2		2~3.5	3~4	2	3~81		3	8.6
设计寿期/a	5	40~60		5~10	10~15	5	12		30	60
燃料类型	TRISO 颗粒	TRISO 颗粒	TRISO 颗粒	TRISO 颗粒	硅化物	二氧化铀	优先TRISO	氮化铀	二氧化铀	二氧化铀
富集度/%	20			5~19.75	4.8~5	19.75	8~15	13.76	19.75	19.7
燃料周期/月	60	>60		>36	持续		2400	92	27	1200
反应性控制方式		旋转控制棒		控制鼓	锂膨胀模块	控制鼓		控制棒	控制棒	控制棒
(反应堆容器高度/直径)/m	5.9/1.8	3.9/3.2			6.0/2.5	6.0/3.7			6.0/2.75	13/8.5
热电转换系统	氮气布雷顿循环	熔盐发电		空气开式布雷顿循环	氢气轮机布雷顿循环	空气开式布雷顿循环	耦合布雷顿—朗肯循环	空气开式布雷顿循环	朗肯蒸汽循环	朗肯蒸汽循环
余热排出系统		非能动		非能动	能动/非能动	非能动		能动/非能动	非能动	非能动

“空白”表示无数据

表 5: 国际典型微型核反应堆关键参数和系统配置

超临界水冷堆由于其开发难度大, 成本高, 目前也在走向小型模块化, 以期通过 SCWR-SMR 的研究过渡到大型 SCWR 的建设, 为大型 SCWR 的建设提供实践经验。气冷快堆在国际上发展较为缓慢, 技术成熟程度较低, 需要更多的国际合作与资金支持。同时, 在微型化道路上, 四代堆也毫不逊色, 以其固有安全性高、于模块化和扩展、可运输性、便于部署、自主运行、高能量密度等优势在太空探索、深海探索、偏远海岛和矿区、边防哨所和基地等方面有着极为可观的应用场景。

7 致谢

感谢我的老师张彪, 他在课堂上启发式的教学使我对核能产生了浓厚的兴趣。兴趣使然, 我通过课堂习得的知识和自己的努力调研完成了本篇报告。

感谢我的好友赵舞穹, 是他教会了我使用 Latex 编辑器, 并且给我分享了他的论文撰写经验。没有他的帮助, 我不能完成这样一篇美观的报告。

感谢大学生活动中心 507 办公室, 我在这里完成了我的报告。

最后, 希望自己的报告能有一个好成绩。

参考文献

- [1] 伍浩松, 孟雨晨. 英企推出新型熔盐堆设计 [J]. 国外核新闻, 2022(10):5.
- [2] 苏更林. 钍基熔盐堆——低调的中国“黑科技” [J]. 百科知识, 2022(19):4-10.
- [3] 王建强, 戴志敏, 徐洪杰 WANG Jianqiang, DAI Zhimin, XU Hongjie 核能综合利用研究现状与展望 Research Status and Prospect of Comprehensive Utilization of Nuclear Energy 中国科学院院刊, 2019, 34(4): 460-468 Bulletin of Chinese Academy of Sciences, 2019, 34(4): 460-468
- [4] 卢川, 张勇, 鲁剑超, 董化平. 基于 CFD 方法的自然循环反应堆冷却剂流动特性分析 [J]. 核动力工程, 2012, 33(S1):111-114+118.
- [5] 伍浩松, 孟雨晨. 美加完成一体化熔盐堆 IMSR 联合技术评审 [J]. 国外核新闻, 2022(06):13.
- [6] 孔繁丽. 基于铅冷快堆的超临界 CO_2 动力循环系统设计与特性研究 [D]. 中国科学技术大学, 2021. DOI:10.27517/d.cnki.gzkju.2021.000163.

- [7] 孔繁丽. 基于铅冷快堆的超临界 CO_2 动力循环系统设计与特性研究 [D]. 中国科学技术大学,2021.DOI:10.27517/d.cnki.gzkju.2021.000163.
- [8] 孟雨晨, 伍浩松. 俄熔盐堆燃料研究进展 [J]. 国外核新闻,2022(07):15.
- [9] 吴宜灿. 中国 ADS 铅基反应堆设计与研发进展 [J]. Engineering,2016,2(01):262-277.
- [10] 罗峰, 周涛, 侯周森, 等. 超临界水冷堆与 WWER1000 型压水堆的安全特性比较分析 [J]. 华北电力技术,2012(10):1-5,19. DOI:10.3969/j.issn.1003-9171.2012.10.001.
- [11] 陈杰, 周涛, 刘亮. 超临界水堆与先进沸水堆安全性差异性分析 [J]. 核安全,2016,15(4):59-64.
- [12] 何龙. 熔盐堆稳态和瞬态核热耦合模型建立及安全特性研究 [D]. 中国科学院大学,2018.
- [13] 于世和, 李晓晓, 刘亚芬, 等. 熔盐实验堆堆芯物理参数研究 [J]. 核技术,2019,42(3):75-80. DOI:10.11889/j.0253-3219.2019.hjs.42.030604.
- [14] 张作义, 吴宗鑫, 王大中, 等. 我国高温气冷堆发展战略研究 [J]. 中国工程科学,2019,21(1):12-19. DOI:10.15302/J-SSCAE-2019.01.003.
- [15] 李乐. 高温气冷堆技术综述 [J]. 科技展望,2017,27(20):311.
- [16] 吴宗鑫. 我国高温气冷堆的发展 [J]. 核动力工程,2000,21(1):39-43,80. DOI:10.3969/j.issn.0258-0926.2000.01.010.
- [17] 张作义, 吴宗鑫, 王大中, 等. 我国高温气冷堆发展战略研究 [J]. 中国工程科学,2019,21(1):12-19. DOI:10.15302/J-SSCAE-2019.01.003.
- [18] 张厚明, 姚远, 段天英, 等. 钠冷快堆中间回路建模仿真及流量控制研究 [J]. 原子能科学技术,2013(12):2283-2287. DOI:10.7538/yzk.2013.47.12.2283.
- [19] 郭俊良, 夏凡. 钠冷快堆及其安全特性研究 [J]. 中国科技投资,2018(9):321. DOI:10.3969/j.issn.1673-5811.2018.09.288.
- [20] 杨红义等. 钠冷快堆及其安全特性 [J]. 物理,2016,45(9):561-568. DOI:10.7693/wl20160902.
- [21] 蔡炳蔚. 钠冷快堆技术发展综述 [J]. 新型工业化,2020(12):3-5. DOI:10.19335/j.cnki.2095-6649.2020.12.002.
- [22] 霍启军, 周涛, 李云南, 等. 铅铋合金自然循环稳定流动的析因分析 [J]. 核技术,2015,38(3):87-90. DOI:10.11889/j.0253-3219.2015.hjs.38.030604.
- [23] 苏子威, 周涛, 刘梦影, 等. 液态铅铋合金热物性研究 [J]. 核技术,2013,36(9):35-39.
- [24] 符晓铭, 王捷. 高温气冷堆在我国的发展综述 [J]. 现代电力,2006,23(5):70-75. DOI:10.3969/j.issn.1007-2322.2006.05.011.
- [25] 张麐, 孙云厚, 吴文谊, 等. 小型铅基核反应堆发电技术在国防工程中的应用初探 [J]. 防护工程,2022,44(5):42-47. DOI:10.3969/j.issn.1674-1854.2022.05.008.
- [26] 堵树宏, 李永华, 孙涛, 汪俊, 刘筱雯, 苏罡, 赵德鹏. 微型核反应堆技术发展趋势研究 [J]. 核动力工程,2022,43(04):1-4. DOI:10.13832/j.jnpe.2022.04.0001.
- [27] 黄彦平, 臧金光. 气冷快堆概述 [J]. 现代物理知识,2018,30(04):40-43. DOI:10.13405/j.cnki.xdwz.2018.04.010.
- [28] 臧金光, 黄彦平. 小型模块化超临界水冷堆研发 [J]. 核动力工程,2021,42(06):72-76. DOI:10.13832/j.jnpe.2021.06.0072.
- [29] 臧金光, 黄彦平. 超临界水冷堆研发进展 [J]. 核动力工程,2021,42(06):1-4. DOI:10.13832/j.jnpe.2021.06.0001.